УДК 621.039.58[illegible]

МЕРОПРИЯТИЯ ПО РАДИОМЕТРИИ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ В ГРАФИТОВЫХ КЛАДКАХ ОСТАНОВЛЕННЫХ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ СХК

А.О. Павлюк, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.И. Хвостов, М.В. Антоненко, С.Г. Котляревский, В.И. Бойко*, И.В. Шаманин*, В.Н. Нестеров*

ФГУП "Сибирский химический комбинат", г. Северск
*Томский политехнический университет

Изложены содержание и ход работ по оценке количества делящихся материалов в графитовых кладках остановленных промышленных уран-графитовых реакторов. Представлены составные части расчетно-экспериментальной методики для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках. Рассмотрены методы пробоотбора, зондирования параметров полей гамма- и нейтронного излучений. Приведено описание оборудования, необходимого для получения распределений излучений в кладках реакторов. Проведен анализ технических возможностей получения надежных экспериментальных данных по дифференциальным и интегральным параметрам полей излучений.

Введение

Необходимость оценки ядерной безопасности промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) обусловлена наличием в их графитовых кладках просыпей ядерного топлива, образовавшихся в результате инцидентов, связанных с разрушением топливных элементов и попаданием части топлива в графитовую кладку.

На Сибирском химическом комбинате (СХК) в начале 90-х гг. XX в. были остановлены и находятся в стадии вывода из эксплуатации три ПУГР: И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3.

Длительное облучение нейтронами фрагментов топлива в ячейках привело к образованию трансурановых элементов, что определило не только высокий уровень гамма-фона, но и наличие потоков тепловых и быстрых нейтронов. На остановленных ПУГР в районах таких ячеек были зарегистрированы источники нейтронов (^{244}Cm, ^{240}Pu, ^{242}Pu и др.), имеющие значительный выход нейтронов при спонтанном делении.

В соответствии с правилами обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98) [1], для разработки правильной стратегии вывода из эксплуатации, включающей в себя выбор периода выдержки, технологии демонтажа, удаления и захоронения реакторных конструкций, проводится обследование ядерного и радиационного состояния оборудования, систем и т.д., включая:

- оценку радиационных характеристик просыпей и фрагментов ядерного топлива в графитовых кладках, образовавшихся в результате инцидентов и оставшихся в активных зонах реакторов;
- выполнение исследований по определению масс и зон локализации просыпей ядерного топлива;
- проведение экспериментальных исследований по зондированию с целью определения активностей долгоживущих продуктов деления и зон их локализации в графитовой кладке.

Эти исследования на СХК начали проводиться совместно с Физико-энергетическим институтом (ФЭИ), Московским инженерно-физическим институтом (МИФИ), Институтом физической химии РАН (ИФХ РАН) и др. В число основных задач, решаемых специалистами СХК, входила адаптация существующих методов радиометрии и спектрометрии полей ионизирующих излучений к условиям и особенностям остановленных ПУГР.

В результате на Сибирском химическом комбинате были разработаны и внедрены методики и регламенты радиационного обследования ПУГР, которые позволяют получить необходимую информацию для разработки концепции вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов.

Методы и применяемое оборудование

Метод гамма- и нейтронного зондирования

Для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках ПУГР была разработана расчетно-экспериментальная методика, составными частями которой являются:

1) программные расчеты радионуклидного состава и удельных радиационных характеристик просыпей топлива на основе данных о времени и месте произошедших инцидентов, в основу которых положена информация, систематизированная в справочнике [2];
2) нейтронное и фотонное зондирование графитовой кладки как в ячейках с просыпями топлива, так и в окружающих областях кладки. Зондирование детекторами нейтронов и гамма-квантов осуществляют перемещением зондов по высоте канального отверстия ячейки;
3) обработка данных зондирования графитовой кладки, оценка зон локализации просыпей топлива и определение искомой массы ядерного материала в графитовой кладке.

Экспериментальная часть методики и ее приборная реализация разработана в технической лаборатории реакторного завода СХК. В ее основу положены результаты и рекомендации, полученные специалистами ФЭИ [3].

Математическая модель основана на обработке следующей информации:

1) определение границ зон локализации просыпей в пределах $\pm0{,}5$ м от детектора нейтронов;
2) измерение дифференциальной функции отклика детектора в графитовой кладке от точечного источника ^{252}Cf;
3) измерение интегрального отклика детектора в зоне локализации и сравнение со значением, рассчитанным с использованием дифференциальной функции отклика в предположении равномерного распределения просыпей в среднем по контролируемой зоне.

Сканирование нейтронных полей в районах ячеек, в которых произошли инциденты, проводилось измерительным нейтронным каналом (ИНК). Составные блоки ИНК были разработаны ПО "Маяк" и выпускались серийно. Исследования спада интенсивности гамма-излучения в реакторных пространствах остановленных ПУГР проводились с помощью устройства ДРГЗ-еЮ, разработанного на СХК.

Сканирование датчиками приборов ИНК и ДРГЗ-еЮ первоначально выполнялось операторами вручную с дискретным шагом ~0,5 м. Результаты позволили дать лишь консервативную оценку содержания делящихся материалов в силу ограниченного числа замеров интенсивности полей нейтронного и гамма-излучений как по высоте, так и по числу ячеек. Поэтому 2004 г. на СХК был разработан и в данное время находится в стадии испытаний экспериментальный образец устройства сканирования «СКУ-Н», предназначенный для измерения пространственного распределения полей нейтронного излучения в графитовых кладках остановленных ПУГР.

Технические возможности “СКУ-Н” позволяют не только проводить измерения нейтронных потоков в графитовой кладке, но и получить относительное распределение гамма-излучения, что важно для исследований радиационных характеристик как графитовой кладки, так и окружающих кладку металлоконструкций.

Экспериментальный образец сканирующего устройства состоит из блоков управления и сканирования, рис. 1.

Блок управления выполнен на основе персонального компьютера со встроенной платой АЦП и осуществляет управление сканированием и регистрацию результатов.

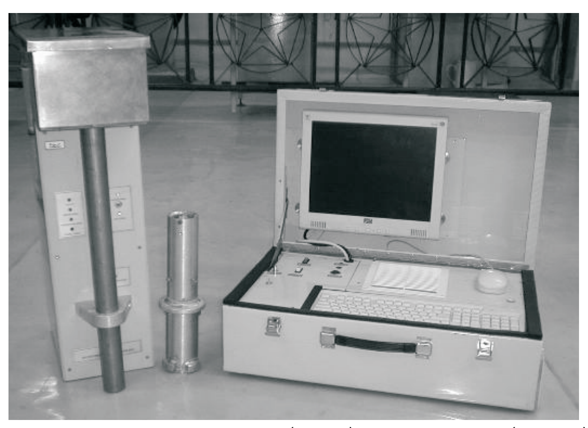


Рис. 1. *Блок сканирования (слева) и управления (справа) экспериментального образца устройства «СКУ-Н»*

Надежная связь блоков управления и сканирования обеспечивается на расстояниях до 25 м. В состав блока сканирования входят детектор и преобразователь сигнала, перемещаемые в объекте сканирования на гибкой линии связи с помощью электропривода. Конструкция блока сканирования предусматривает возможность смены блоков детектирования.

Особенностью блока детектирования гамма-излучения (рис. 2) является использование в качестве детектора ионизационной камеры КГ-10 диаметром 33 мм. Сигнал с камеры подается на логарифмический усилитель.

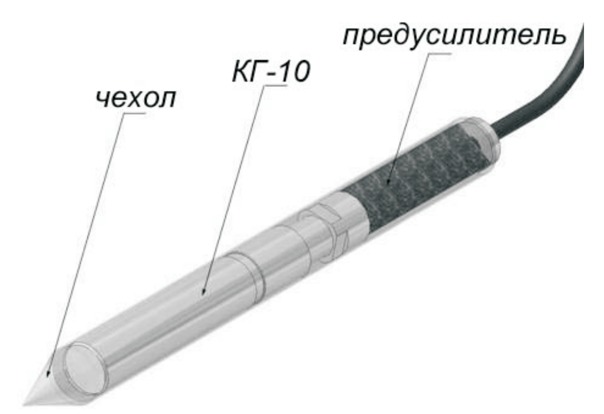


Рис. 2. *Детектор гамма-излучения*

В блоке детектирования нейтронов (рис. 3) в качестве детектора используется газоразрядный счетчик нейтронов СНМ-12, предназначенный для ре-

гистрации медленных нейтронов в диапазоне энергий 0,03...100 эВ в коронном режиме. Для регистрации быстрых и резонансных нейтронов счетчик помещается в коаксиальный замедлитель из полиэтилена толщиной 12 мм и чехол из кадмия толщиной 1 мм. Детектор связан с блоком сканирования соединительным кабелем.

Первичная обработка данных, получаемых в ходе измерений нейтронных и гамма-полей, осуществляется с помощью разработанного на СХК программного обеспечения.

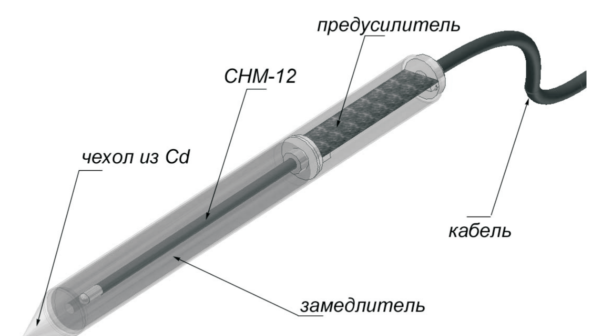


Рис. 3. *Детектор нейтронов*

Как показали предварительные испытания, применение "СКУ-Н" позволяет получать детальные распределения полей быстрых и тепловых нейтронов в графитовых кладках остановленных ПУГР при значительной экономии времени и снижении дозовых нагрузок на персонал. Создание "СКУ-Н" является промежуточным этапом в разработке и внедрении полнофункционального сканирующего устройства.

Применение метода пробоотбора

Интересные результаты были получены с применением метода пробоотбора графитовых образцов с последующим измерением параметров их излучения на спектро- и радиометрическом оборудовании.

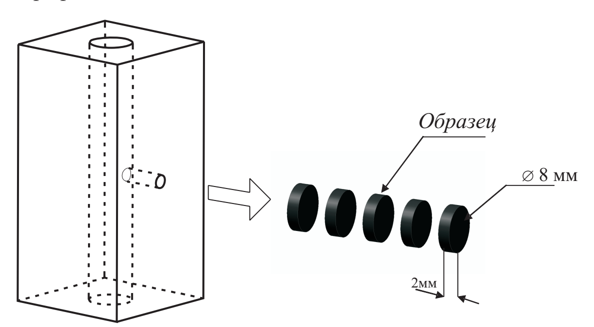


Рис. 4. *Схема отбора образцов из графитового блока для радио- и спектрометрического анализа*

Специалистами СХК были разработаны устройства, позволившие получить образцы из графитовых кладок реакторов И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3. Для отбора из графитовых блоков и отражателя применялась технология горизонтального и вертикального выбуривания образцов. Из стенки графитового блока высверливался керн диаметром 8 мм. Из полученного керна вырезали пять образцов толщиной 2 мм (рис. 4).

Работа по идентификации в образцах радионуклидов проводилась совместно со специалистами МИФИ и ИФХ РАН с применением различных комплексов спектро- и радиометрического оборудования [4].

С помощью γ/X-спектрометрических измерений на планарном LEGe-детекторе определялось содержание ^{241}Am и ^{244}Cm [4]. В спектрах загрязненных актиноидами образцов наблюдались гамма-линии 59,5 кэВ (^{241}Am), 74,5 кэВ (^{243}Am) и рентгеновские линии с энергиями около 14 и 18 кэВ, в которых суммировались L_α и L_β излучения, сопровождавшие α-распады Cm и Am (рис. 5). Методика определения количественных характеристик загрязнения соответствовала общепринятым.

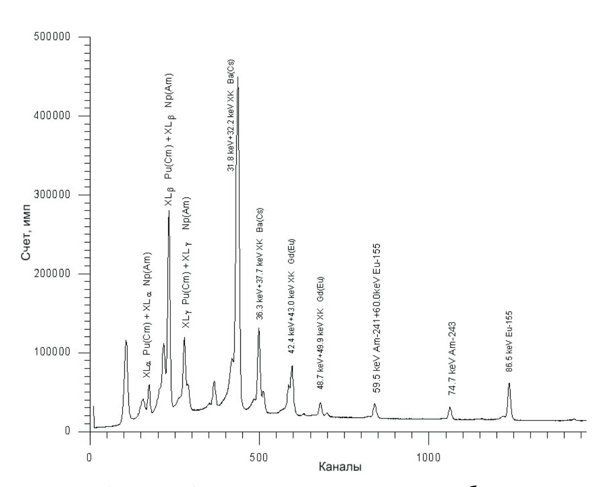


Рис. 5. *Спектр γ/X-излучения графитового образца, полученный с помощью LEGe-детектора*

Для определения содержания плутония в образцах графита применялась методика, основанная на радиохимическом выделении плутония из образцов графита, т.к. слабая интенсивность гамма- и рентгеновского излучений радионуклидов плутония и фон от других радионуклидов, присутствующих в отобранных образцах графита, существенно затрудняли проведение прямых измерений.

Радиохимическое выделение плутония из графита проводилось специалистами ИФХ РАН [4]. Для альфа-спектрометрических измерений изготавливали образцы, в которых специалистами МИФИ и ИФХ РАН была получена информация о содержании ^{240}Pu+^{239}Pu и ^{238}Pu.

Чувствительность данной методики позволяет измерять концентрацию плутония на уровне десятых долей Бк на грамм графита. В высокоактивных образцах для измерения излучения выделенного плутония применяли γ/X-спектрометрические методы анализа.

В результате исследований более 1000 образцов оценен количественный и качественный состав радионуклидов.

Технологии пробоотбора, разработанные на Сибирском химическом комбинате, были успешно применены на ПО “Маяк” для получения образцов графита из кладок реакторов АВ-1, АВ-2, АВ-3 и АИ. Данные технологии вполне могут использоваться для отбора проб графита находящихся в эксплуатации уран-графитовых реакторов (ПУГР, РБМК) с целью обоснования продления срока его гарантированной безопасной эксплуатации.

Результаты исследований и их анализ

На остановленных реакторах СХК в районах зон локализации топлива обнаружены источники нейтронов, которые являются совокупностью нейтронов спонтанного деления и нейтронов (α, n)-реакций. С одной стороны, трансурановые элементы являются α-излучателями, а с другой стороны, ряд из них имеют значительный выход нейтронов при спонтанном делении (^{244}Cm, ^{240}Pu, ^{242}Pu и др.).

В ходе радиационного обследования выявлено, что плотность нейтронных потоков значительно отличается от ячейки к ячейке (более чем в 10000 раз). Причем по высоте ячеек плотность потока как тепловых, так и быстрых нейтронов изменяется на 2–4 порядка и более.

Распределение полей тепловых и быстрых нейтронов кладки носит сложный характер, а в некоторых случаях значительную роль играет наложение полей нейтронов от других, находящихся рядом с просыпями топлива ячеек. Наличие нейтронных потоков в ячейках, достаточно удаленных от них, указывает на возможность миграции как частиц топлива во время инцидента, так и радионуклидов, образовавшихся при длительном облучении урана в процессе эксплуатации.

В результате исследований установлено, что наилучшее пространственное разрешение достигается при измерениях потока быстрых нейтронов, а измерения полей тепловых нейтронов необходимы для того, чтобы оперативно обнаружить места локализации просыпей. Расчеты количества делящегося материала и зон локализации производились по результатам распределений полей быстрых нейтронов. Неполная корреляция между распределениями полей гамма- и нейтронного излучений свидетельствует о сложности физико-химического процесса распространения радионуклидов в графитовой кладке. Так, распространение продуктов деления, активации и трансурановых элементов в ячейках с просыпями топлива и соседних с ними ячейках происходило в соответствии с индивидуальными способностями к сорбции и диффузии этих радионуклидов под влиянием эксплуатационных факторов.

Сопоставление результатов, полученных методами гамма-нейтронного зондирования и спектрометрического анализа при изучении проб графита, выявило расхождение в оценках количества делящихся материалов. Так, по оценке экспертов МИФИ в графитовых кладках ПУГР СХК количество делящихся материалов в несколько раз ниже, чем ранее было получено специалистами ФЭИ.

Основными причинами расхождений могут быть несовершенство расчетных математических моделей при обработке результатов зондирования, недостаточная представительность пробоотбора и др.

Имеет место предположение, что под влиянием эксплуатационных факторов фрагменты топлива рассеялась по объему кладки. На данный момент технология пробоотбора не позволяет получить образцы высокоактивного материала из стыков блоков, трещин, пазух и других дефектов, в которых могут быть сосредоточены фрагменты топлива. Соответственно анализ проб графита мог не в полном объеме предоставить информацию о количестве ядерного материала в кладках.

В настоящее время исследования на СХК продолжаются, что в конечном итоге позволит:

- получить объемную картину радиоактивного загрязнения кладок ПУГР И-1, ЭИ-2, АДЭ-3;
- более корректно определить зоны локализации и дать более точную оценку массы просыпей топлива в графитовых кладках;
- усовершенствовать расчетно-экспериментальную методику оценки содержания делящихся материалов в графитовых кладках;
- подготовить более полную информацию для последующего формирования базы данных радиационных характеристик ПУГР СХК.

Заключение

Результаты проведенных мероприятий позволили сделать вывод об их эффективности при определении ядерной безопасности остановленных ПУГР СХК. Апробированные экспериментальные и расчетные методы обеспечивают требуемую правилами ядерной безопасности степень достоверности полученных результатов. Поскольку это был первый отечественный опыт проведения таких мероприятий, то разработанные и внедренные технологические регламенты требуют значительных затрат времени.

Учитывая актуальность проблемы предстоящей остановки и вывода из эксплуатации реакторов АДЭ-2, АДЭ-4 и АДЭ-5, целесообразно продолжать исследования с целью разработки и внедрения более совершенных методов, которые позволят произвести комплексное радиационное обследование графитовых кладок в более короткие сроки с минимальными дозовыми нагрузками на персонал.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98) – М.: Госатомнадзор, 1999. – 120 с.
2. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник / В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, П.А. Ружанский, В.Д. Сидоренко – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 382 с.
3. Буланенко В.И., Фролов В.В. Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации ПУГР // Атомная энергия. – 1995. – Т. 78. – Вып. 6. – С. 396–400.
4. Бушуев А.В. и др. Определение радиоактивной загрязненности графита реакторов предприятия СХК. Научно-технический отчет Международного научно-технического центра, ISTC 561, 2000. – 147 с.

УДК 621.039.519